

/Nis-inf.-7388

UM SUMÁRIO DO ACIDENTE DE THREE MILE ISLAND: DO INSTANTE

ZERO ÀS LIÇÕES PARA O FUTURO

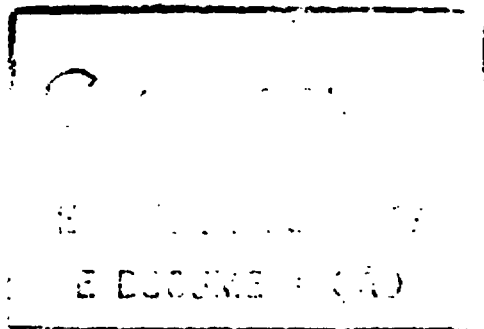
Luiz Fernando Seixas de Oliveira
Programa de Engenharia Nuclear
COPPE/UFRJ

e

Antonio Carlos de Oliveira Barroso
Departamento de Reatores - CNEN

e

Programa de Engenharia Nuclear
COPPE/UFRJ



INDICE

I. Introdução	03
II. O Que se Passou em Three Mile Island	04
III. Erros Humanos ? Uma Análise "A Posteriori" das Principais Ações dos Operadores Durante o Acidente	14
IV. ANGRA I versus TMI	19
V. E Agora ?	24
Notas e Referências	29
Apêndice	30

I. INTRODUÇÃO

O acidente ocorrido em 28/03/79 na unidade 2 da central nuclear de Three Mile Island (TMI-2) foi, sem dúvida, o mais grave acidente ocorrido numa central nuclear comercial de grande potência (880 MWe) em todo mundo até o presente momento. A grande importância desse acidente deve-se muito mais ao fato de um incidente relativamente comum - a parada das bombas principais do circuito secundário - ter degenerado em um acidente de grandes proporções, com severos danos ao núcleo do reator, do que propriamente à quantidade de material radioativo liberado ao ambiente, a qual foi considerada pela Comissão Reguladora Nuclear (NRC) dos Estados Unidos como relativamente pequena. Um outro fator importante foi o enorme prejuízo econômico acarretado pelo acidente, que chegou a centenas de milhões de dólares.

Nesse artigo, faremos inicialmente uma descrição detalhada dos principais eventos ocorridos durante a evolução do acidente. Em seguida, analisaremos as principais ações e omissões dos responsáveis pela operação da central acidentada, visando com isso dar uma idéia das reais dimensões das falhas humanas cometidas e de que maneira essas falhas contribuíram para o desenrolar do acidente. Na seção seguinte, faremos uma breve comparação entre as principais características dos projetos TMI-2 e de Angra-1. Finalmente, apresentaremos algumas das lições extraídas do acidente, o qual serviu, sem dúvida alguma, para mostrar algumas providências a serem tomadas referentes ao projeto e operação das centrais nucleares, providências estas que após implementadas conduzirão certamente a um funcionamento cada vez mais seguro das centrais nucleares do presente e do futuro.

Aos leitores que não tenham um conhecimento razoável do funcionamento normal e dos principais sistemas de segurança de uma central nuclear, recomendamos a leitura do apêndice deste artigo antes de passar à seção seguinte. O apêndice apresenta também um esquema simplificado de TMI-2, dando ênfase aos sistemas que tiveram participação efetiva no acidente.

II. O QUE SE PASSOU EM THREE MILE ISLAND

A central nuclear de TMI, projetada pela Babcock & Wilcox e operada pela Metropolitan Edison Co., situa-se na ilha "Three Mile Island" no Rio Susquehanna, a aproximadamente dez milhas a sudeste de Harrisburg, capital do Estado da Pennsylvania. É constituída de duas unidades independentes, cada uma delas operando um reator a água leve pressurizada (PWR) com potência nominal elétrica de 880 MW. O acidente de 28/03/79 ocorreu na unidade-2, que entrou em operação comercial em dezembro de 1978.

Na madrugada de 28/03/79, a unidade 2 funcionava normalmente a 97% da sua potência nominal, com o circuito primário⁽¹⁾ mantido a uma pressão de 2185 psig (~ 157 atm) e com uma temperatura média no núcleo do reator de 580°F ($\sim 305^\circ\text{C}$).

No entanto, às 04:00 horas da manhã, um incidente de falha de válvulas na unidade de purificação da água do circuito secundário provocou uma parada automática das bombas principais desse circuito. O que se passou em seguida a esse incidente relativamente comum em reatores PWR, pode ser dividido em fases cronológicas caracterizadas pela situação geral dos principais sistemas da central.

1ª Fase (de 0 a 30s aproximadamente)

Devido à parada das bombas principais de água de alimentação com a consequente perda de circulação da água no circuito secundário, foi imediata e automaticamente desligada a turbina, mas não o reator, o qual continuou funcionando por mais oito segundos. Esta é uma característica normal do projeto de TMI⁽²⁾. Durante esse tempo a pressão no circuito primário subiu a 2255 psig (devido à repentina redução da capacidade da fonte fria), ocasionando a abertura da válvula de alívio do pressurizador. A pressão no circuito primário continuou subindo até atingir o valor de 2355 psig, o que acarretou o desligamento do reator (término da reação em cadeia) devido a um sinal de alta pressão no circuito primário.

Com a válvula de alívio do pressurizador (VAP) aberta e o reator desligado (embora produzindo calor devido ao decaimento dos produtos de fissão acumulados), começou uma queda na pressão do circuito primário, ultrapassando na descida o valor de fechamento da VAP, que no entanto não fechou como deveria. Esta falha porém, somente foi detectada muito mais tarde (2h 20m após o início do acidente), por razões que analisaremos na seção seguinte.

Antes de passarmos à 2ª fase, convém notar um outro fato importante para o dramático desenrolar do acidente. A central de TMI-2, como toda central PWR, é dotada de um sistema de água de alimentação de emergência (SAAE), cujas bombas entraram em funcionamento imediatamente após a parada das bombas principais. Porém, nenhuma água de alimentação de emergência chegou

aos geradores, pois algumas válvulas do SAAE estavam fechadas quando deveriam estar abertas. Esta situação só foi identificada 8 minutos mais tarde (quando o acidente já havia evoluído bastante) por razões que serão discutidas na próxima seção.

Até então, a situação apresentava-se aos operadores como igual a outras por eles já experimentadas, e parecia que tudo corria de acordo com o esperado para situações de transientes ocasionados por perda de água de alimentação.

2ª Fase (de 30s a 15min)

Neste ponto os operadores começaram a detetar os primeiros sintomas de graves anormalidades no sistema. Os lados secundários dos geradores de vapor estavam secando rapidamente, pois a diferença entre as temperaturas da água do primário na entrada ("perna quente") e na saída ("perna fria") dos geradores de vapor tendia rapidamente a zero.

Devido ao não-fechamento da VAP, a pressão no circuito primário continuava a decrescer, e quando esta caiu abaixo de 1600 psig, entrou automaticamente em funcionamento o sistema de resfriamento de emergência do núcleo (SREN) através de duas bombas de injeção de alta pressão. Mas este sistema foi desligado pelos operadores três minutos mais tarde com receio de que o pressurizador⁽³⁾ ficasse completamente cheio d'água ("sólido"), o que dificultaria muito o controle da pressão do sistema.

Decorridos oito minutos desde o evento inicial do acidente, os operadores descobriram que as válvulas de descar-

ga das linha de alimentação de emergência estavam fechadas, e acionaram o comando de abertura daquelas válvulas.

A contínua descarga de refrigerante através da VAP era recolhida num tanque de dreno situado no prédio de contenção do reator, e com o aumento da pressão no interior deste tanque, abriu-se inicialmente a válvula de alívio do tanque, descarregando para o poço da contenção. Quando o nível d'água deste poço atingiu uma determinada altura, entraram automaticamente em operação as bombas de transferência de água deste poço para um outro tanque de dreno situado no edifício auxiliar, cujo disco de ruptura achava-se avariado.

3ª Fase (15min a 1h)

Uma grande quantidade de refrigerante primário continuava a escapar através da VAP, ocasionando por um lado uma redução contínua da pressão do circuito primário, e por outro, uma superpressurização do tanque de dreno situado no prédio da contenção, cujo disco de ruptura acabou por romper-se, descarregando uma quantidade ainda maior de água no poço da contenção.

Durante esta fase, conjectura-se que tenha ocorrido o primeiro "descobrimento" do núcleo, ou seja, que parte do refrigerante primário tenha se vaporizado, deixando uma parte do núcleo imerso apenas em vapor e não em líquido. Por causa disso, é provável que parte do núcleo tenha atingido altas temperaturas, ocasionando sérios danos às varetas de revestimento do combustível, como ficou evidenciado pela grande quantidade de produtos de fissão voláteis (I-131) e gasosos (Xe-133 e Kr-87) presentes no refrigerante primário.

Entre 20 e 60 minutos os parâmetros do sistema estabilizaram-se nas condições de saturação a uma pressão de 1015 psig e temperatura média de 550°F.

Ainda durante esta fase, foram desligadas pelos operadores as bombas de transferência da água do poço da contenção para o tanque de dreno do edifício auxiliar, ficando contida aberta a linha de transferência.

Devido ao transbordamento do tanque de dreno do edifício auxiliar, uma grande quantidade de água (que a essa altura já estava bastante contaminada) foi derramada no piso deste edifício, liberando grande quantidade de elementos radioativos voláteis e gasosos. Quase todo o I-131 ficou retido nos filtros da ventilação do edifício auxiliar, o mesmo não acontecendo com os gases nobres (Xe-133 e Kr-87), que dessa forma passou ao meio-ambiente.

4ª Fase (de 1h a 2h20min)

No início desta fase, os operadores começaram a receber uma série de alarmes indicando um funcionamento anormal das bombas de resfriamento do reator (BRR's). Receando que as mesmas fossem danificadas por problemas de cavitação, eles desligaram inicialmente as duas BRR's do loop B do circuito primário, e alguns minutos mais tarde, desligaram também as duas do loop A.

Simultaneamente os operadores tentavam aumentar o nível d'água no gerador de vapor A, no sentido de estabele

cer condições para o resfriamento do núcleo através do modo de circulação natural⁽⁴⁾. O gerador de vapor B havia sido isolado alguns minutos antes, por terem ocorrido fugas de refrigerante primário através do mesmo.

Com o desligamento das BRR's, iniciou-se uma excursão de temperatura no núcleo, com a temperatura da perna quente atingindo 6209F e logo depois saindo fora da escala, sem que nenhuma indicação de circulação natural tenha sido detectada. Conjectura-se que durante este período, tenha ocorrido um segundo "descobrimento" de parte significativa do núcleo, causando mais danos aos elementos combustíveis.

5ª Fase (de 2h20min a 7h30min)

Finalmente, duas horas e vinte minutos após o início do acidente, os operadores bloquearam a válvula de alívio do pressurizador (VAP), depois de prolongada discussão com técnicos da Babcock & Wilcox. O porque de demorar tanto tempo para que o bloqueio da VAP fosse efetuado, é uma das questões que analisaremos na seção seguinte.

Com o bloqueio da VAP, a pressão do sistema aumentou rapidamente, passando de 600 psig para 1300 psig. Nesse ponto, o operador fez partir as bombas de refrigeração do reator, as quais funcionaram por apenas vinte minutos.

A pressão no primário continuou aumentando até atingir novamente 2200 psig, quando então, a VAP tornou a abrir, o que fez com que a pressão caísse para 1500 psig. Mais

uma vez foi automaticamente acionado o sistema de resfriamento de emergência (sistema de injeção de alta pressão) do núcleo, o qual funcionou por apenas 3 minutos.

Durante algum tempo, foi tentado o restabelecimento do fluxo de refrigerante no circuito primário, através de tentativas mal sucedidas de acionamento das BRR's. Para tal, operou-se a válvula de alívio do pressurizador (VAP) de maneira intermitente, ou seja, fechava-se a VAP e deixava-se aumentar a pressão até que esta atingia o valor de abertura da VAP, a qual era então deixada aberta por algum tempo, reduzindo-se assim novamente a pressão do primário. Quando esta caía abaixo de um determinado valor, fechava-se de novo a VAP e repetia-se o ciclo.

Decorridas três horas após o evento inicial do acidente (por volta das 7h da manhã de 28/03/79), os operadores receberam alarmes de irradiação na contenção do edifício auxiliar. Somente então, foi declarada uma emergência geral, e notificações enviadas às autoridades competentes.

Uma hora mais tarde, foi automaticamente acionado o sistema de isolamento do prédio da contenção do reator, devido à pressão no interior da contenção ter atingido 4,5 psig. Pelo projeto de TMI-2, o isolamento da contenção é automaticamente acionado quando a pressão no interior do prédio ultrapassa a 4 psig.

6ª Fase (de 7h30min a 13h30min)

Não tendo obtido sucesso em fazer funcionar

as bombas de resfriamento do reator após o bloqueio da VAP (5ª fase), a turma de operação decidiu tentar o resfriamento através do sistema de remoção do calor de decaimento (SRCD), o qual é normalmente usado para o resfriamento a longo termo do núcleo. Mas como o SRCD é um sistema que funciona a baixa pressão (abaixo de 450 psig), fazia-se necessário antes uma despressurização do circuito primário. Para tanto decidiu-se abrir a VAP e mantê-la aberta até que a pressão atingisse aquele valor. Realmente a pressão baixou rapidamente a 600 psig, quando foi automaticamente acionado o sistema de inundação do núcleo (SIN), descarregando uma grande quantidade de água borada no interior do núcleo. A partir daí, a pressão passou a cair cada vez mais lentamente, estabilizando-se em 500 psig e não baixando além disso por mais que se tentasse. Conjectura-se que durante esta fase de despressurização, uma grande quantidade de vazios - vapor e gases - tenha sido formada no núcleo, deixando-o em parte a descoberto pela terceira vez.

Durante esta fase, registrou-se também um pico de pressão (28 psig) no interior da contenção. Foi constatado posteriormente que esse pico de pressão resultou de uma combustão de hidrogênio, o qual teria passado em grande quantidade para atmosfera da contenção através da VAP.

7ª Fase (de 13h30min a 16h)

Com o insucesso da tentativa de uso do sistema de remoção do calor de decaimento, ficou evidenciado que um prolongamento da despressurização poderia causar danos muito severos ao núcleo do reator, com um possível derretimento do com

bustível. Foi decidida então uma nova pressurização do circuito primário visando o estabelecimento de condições para uma nova tentativa de funcionamento de bombas de refrigeração do reator (BRR). Bloqueou-se novamente a VAP, o que elevou a pressão do circuito primário para 2300 psig uma hora e meia após o bloqueio. Durante este período, foi restabelecido o modo normal de alimentação do gerador de vapor do loop A (lado secundário), via condensador e bombas de alimentação principais.

Foram então acionadas as BRR's do loop A, as quais começaram a funcionar normalmente. O núcleo do reator passou então a ser resfriado através do esquema de refrigeração usado durante a operação normal (em potência) do reator, via gerador de vapor do "loop" A.

8ª Fase (16h - semanas)

A presença de grandes quantidades de gases não solúveis inclusive hidrogênio proveniente da reação zircaloy-água (a famosa "bolha de hidrogênio") no interior do circuito primário, especialmente no pleno superior do vaso do reator, dificultava o processo de resfriamento devido a que uma queda significativa da pressão, levaria a um aumento do volume da bolha, o que poderia acarretar um novo descobrimento do núcleo do reator. Era portanto, necessário degaseificar o sistema primário antes de se continuar o processo de resfriamento. Além do modo normal de degaseificação através do Sistema de Controle Químico e Volumétrico, os gases eram também separados da água no interior do pressurizador e em seguida purgados para a atmosfera da contenção. Para baixar a concentração de hidrogênio na contenção foi usado um sistema recombinador de hidrogênio.

12 de o do
contro ra u
do r
9ª Fas o do
uei
lime
friame cond
gidas
cimen
como lo
o r
rig
a tem r,
estav
culaç
do at de
de po zir
ras e cuit
caram tor,
cação eda
prod bolh
libe o re
te p o an
Isl norm
pal e V
emer ior
onter
foi

Este processo de degaseificação durou até o dia 12 de abril, quando então reiniciou-se o processo de resfriamento controlado através do gerador de vapor do loop A.

9ª Fase (semanas após)

Após algumas semanas de emprego do modo de resfriamento através do gerador de vapor do loop A, foram então atingidas boas condições (pressão menor que 400 psig) para o estabelecimento de circulação natural, a qual vem sendo usada desde então como modo de refrigeração do núcleo.

Segundo um comunicado da NRC, no dia 4 de Junho a temperatura média do refrigerante era de apenas 1579F (709C) e estava sendo mantida por volta desse valor através do modo de circulação natural. A pressão era de aproximadamente 340 psig.

Assim terminou o mais grave acidente já ocorrido até o presente momento numa central nuclear comercial de grande potência. Embora as repercussões políticas tenham sido inúmeras em várias partes do mundo, os danos causados pelo acidente, ficaram restritos aos prejuízos financeiros ocasionados pela danificação de importantes equipamentos e pela perda da energia elétrica produzida pela central. Felizmente, não houve nenhuma vítima e a liberação de radioatividade para o meio-ambiente foi relativamente pequena, embora os moradores das cidades próximas a "Three Mile Island" tenham passado por grandes inconveniências, devido principalmente à maneira confusa como foi tratada aquela situação de emergência.

III. ERROS HUMANOS ? UMA ANÁLISE "A POSTERIORI" DAS AÇÕES DOS OPERADORES DURANTE O ACIDENTE

As razões que levaram os operadores da central à execução de determinadas ações durante o desenrolar do acidente ainda não estão completamente apuradas, constituindo-se em objeto de estudos de várias comissões formadas nos Estados Unidos, inclusive uma especialmente constituída pelo Presidente Carter⁽⁵⁾. A análise que apresentaremos a seguir é baseada em informações fornecidas pela NRC até o presente momento, e não deve ser entendida como definitiva, visto que dados novos poderão vir à tona como resultado das investigações em andamento.

Desde os primeiros minutos do acidente, os operadores tomaram algumas decisões bastante questionáveis, quanto as suas consequências para o desenrolar dos acontecimentos. Questionável também foi a demora em reconhecer a necessidade de certas ações, fazendo com que estas só fossem levadas a cabo quando os benefícios que poderiam acarretar já estavam bastante diminuídos pela deterioração das condições do sistema. Ao contrário da Babcock-Wilcox⁽⁶⁾, não cremos que toda a responsabilidade pela rápida evolução do acidente deva ser imputada aos operadores, mas sim a uma combinação de mau funcionamento de alguns equipamentos, erros humanos, procedimentos administrativos inadequados e deficiências de projeto, deficiências estas que serão discutidas na próxima seção desse artigo.

Cabe ainda uma ressalva: é muito mais fácil fazer-se uma análise "a posteriori", do que efetivamente tomar decisões e executá-las corretamente numa situação de crise, sob for-

te tensão emocional e em curto espaço de tempo, como foi o caso em TMI-2. Para se ter uma idéia da intensidade das atividades na sala de controle, basta lembrar que o número de pessoas presentes evoluiu rapidamente dos dois operadores presentes no início do acidente para quase 50 pessoas, segundo o depoimento de alguns operadores. Entre os presentes, encontravam-se, além dos operadores propriamente ditos, vários técnicos da Metropolitan Edison, da Babcock-Wilcox e da NRC. É claro porém, que a situação de crise, não pode ser usada como justificativa para todos os erros humanos cometidos, pois os responsáveis pela operação de qualquer central nuclear devem estar bem preparados para enfrentar situações como a de TMI-2, as quais têm uma probabilidade de real de ocorrência, embora esta possibilidade seja bem pequena.

Dentre as várias decisões tomadas durante o acidente, os seguintes pontos têm sido alvos de discussões mais intensas entre os técnicos do setor:

1) A desativação do sistema de resfriamento de emergência do núcleo (SREN) (2ª Fase do acidente);

2) A demora no reconhecimento de que as válvulas do sistema de água de alimentação de emergência estavam fechadas (2ª Fase);

3) A demora no bloqueio da válvula de alívio do pressurizador (5ª Fase).

A desativação do sistema de refrigeração de

emergência do núcleo (SREN) tem sido justificada pelos operadores como baseada fundamentalmente no nível de água do pressurizador, o qual foram ensinados a nunca deixar completamente cheio d'água ("sólido"), pois segundo a ênfase dada durante o treinamento, um pressurizador sólido seria imprestável para o controle da pressão do sistema. Além do mais, não tendo reconhecido a perda de refrigerante pela VAP, não lhes passou pela cabeça que poderia estar havendo ebulição em outro ponto qualquer do circuito primário, possibilidade esta não aventada no treinamento de operadores anteriormente a TMI-2. No entanto, outras indicações estavam presentes naqueles instantes, as quais não foram devidamente analisadas. Foi o caso da pressão do circuito primário. O SREN foi acionado automaticamente por um sinal de baixa pressão, e esta continuava caindo sem sinais de recuperação quando o SREN foi desligado. Simultaneamente à queda contínua da pressão, a temperatura do sistema após um breve período de queda, passou a aumentar significativamente, fatos estes que deveriam ter alertado aos operadores quanto ao perigo iminente de que condições de saturação fossem atingidas no interior do primário.

Uma outra indicação importante que não foi devidamente considerada pelos operadores foi o fato de que após o desligamento de uma das bombas do SREN (reduzindo o fluxo pela metade), não foi observada nenhuma diminuição da taxa de subida do nível do pressurizador, mostrando claramente que o SREN não era o principal responsável pelo aumento do nível do pressurizador.

A demora (8 min) no reconhecimento da condição anormal (fechada) das três válvulas do sistema de água de alimentação de emergência tem também sido alvo de várias investigações ainda em andamento. Segundo os operadores, essa demora deveu-se ao

fato de que decorridos aproximadamente 60s após a parada das bombas principais, foram ouvidos ruídos através do sistema de detecção de partes soltas, os quais foram identificados então como sendo ruídos característicos do restabelecimento do fluxo d'água nos geradores de vapor. Sabe-se porém agora, que os ruídos foram causados pela ebulição da água contida na região de preaquecimento dos geradores de vapor, e não pelo restabelecimento do fluxo. Por outro lado, a indicação mais precisa sobre as condições de fluxo nos G.V.s é dada pelo indicador de nível d'água e pela diferença entre as temperaturas das pernas quente e fria. Como esta última tendia para zero e como o nível d'água continuava baixando, mesmo após os tais ruídos terem sido ouvidos, os operadores deveriam ter verificado imediatamente os indicadores luminosos do alinhamento das válvulas do SAAE, disponíveis no painel de controle.

Essas válvulas do SAAE devem estar permanentemente abertas, e a NRC já declarou que a operação do reator a plena potência com aquelas válvulas fechadas constitui uma violação da licença de operação da central⁽⁷⁾. Porque elas estavam fechadas quando deveriam estar abertas? Inicialmente pensou-se que devido a um teste de manutenção normal, o qual requer o fechamento simultâneo das três válvulas, efetuado dois dias antes do acidente, as válvulas teriam sido deixadas inadvertidamente fechadas pelos responsáveis pela manutenção. No entanto, os dois técnicos responsáveis pelo teste declararam em testemunho juramentado perante a comissão presidencial de investigação, terem deixado aquelas válvulas devidamente "abertas". Esse fato novo, acarretou pela primeira vez desde o acidente algumas especulações sobre uma possível sabotagem, possibilidade esta que aparentemente foi descartada posteriormente pois não consta do relatório final da comissão presidencial.

Um outro fato muito importante para a propagação do acidente foi a falha da válvula de alívio do pressurizador (VAP), a qual não retornou a sua posição fechada quando a pressão no primário caiu abaixo do seu ponto de fechamento. Como vimos esta falha somente foi identificada 2h20min após o início do acidente, e portanto, quando o sistema já estava bastante avariado. Por que demorou tanto tempo até que essa falha fosse identificada e fosse acionado o bloqueio da VAP ? Segundo a versão dos operadores, havia uma indicação no painel de controle de que esta válvula havia fechado, e que outras indicações, como a temperatura anormalmente alta da tubulação logo após a VAP, não foram levadas em conta, devido a pequenos problemas previamente existentes, como um pequeno vazamento da VAP. No entanto, o rompimento do disco de ruptura do tanque de alívio do pressurizador (3ª Fase) foi, sem dúvida alguma, uma indicação muito forte de um provável não-fechamento da VAP, pois embora existam outras linhas descarregando naquele tanque, uma análise dos diâmetros dessas linhas mostram que apenas a linha de descarga da VAP teria capacidade para causar o rompimento do disco de ruptura daquele tanque. Também, a contínua despressurização do sistema por mais de duas horas era uma indicação inequívoca de perda de refrigerante. Essas duas últimas indicações já seriam suficientes para fazê-los acionar o bloqueio da VAP muito antes do que o fizeram.

Como foi visto, o fator humano foi um dos principais responsáveis pelo dramático desenrolar do acidente, pois a não-ocorrência de qualquer das três falhas apontadas acima, seria capaz de terminar o acidente, evitando assim que grandes danos fossem causados ao núcleo do reator.

IV. ANGRA I versus TMI

Uma vez entendido o acidente, torna-se aparente que alguns componentes tiveram papel preponderante no desenrolar dos acontecimentos. A seguir enfocando apenas esses componentes, faremos uma comparação entre a unidade 1 da Central Nuclear de Angra dos Reis⁽⁸⁾ e TMI-2⁽²⁾.

TMI-2, como já foi descrito, trata-se de uma usina PWR de 2 "loops" fabricada pela Babcock & Wilcox (B&W) e a usina brasileira é também um PWR de 2 "loops", porém fabricada pela Westinghouse.

O acidente iniciou como um transitório de perda de água de alimentação principal e, fazendo-se uma retrospectiva verificamos que de março/78 a março/79 ocorreram um total de 27 transitórios desse tipo nos 9 reatores B&W em operação⁽¹⁾, o que resulta numa frequência de 3 transitórios/reator-ano. No mesmo período, os reatores da Westinghouse apresentaram uma frequência de 1,83 devido a 44 transitórios em 24 reatores⁽¹⁾. Os dados acima nos indicam uma vantagem para a Westinghouse quanto a confiabilidade, do sistema de água de alimentação principal.

Consideremos agora os geradores de vapor, no caso de Angra 1 estes são do tipo em U invertido, com a água do circuito primário circulando por dentro dos tubos e cedendo calor para a água do secundário que flui pelo espaço compreendido entre os tubos e a carcaça. O vapor produzido desta forma sai pelo topo do gerador de vapor na condição saturado-seco. No caso de TMI-2 os geradores de vapor são do tipo de tubos reto, onde a

gua do primário passando por dentro dos tubos, entra pelo topo do gerador de vapor saindo pela parte inferior. A água do secundário, que também nesse modelo escoava no espaço entre tubos e carcaça, após transformar-se em vapor passa por uma região de superaquecimento deixando o gerador de vapor no estado de vapor superaquecido.

Como consequência dessas características, os geradores de vapor de TMI-2 possuem algumas vantagens no tocante ao rendimento termodinâmico da Central, apresentando contudo as seguintes desvantagens sob o ponto de vista de segurança:

a) Menor massa de água no lado secundário (30-40t vs, 360-460t) e portanto; as perturbações que ocorrem no sistema secundário propagam-se para o sistema primário muito mais rapidamente. Num acidente com perda total de água de alimentação os geradores de vapor ficam secos em curto espaço de tempo, sendo que no acidente de TMI-2, eles já estavam praticamente secos em apenas 2,5 minutos.

b) A perna quente conecta-se com o topo do gerador de vapor, apresentando um feitiço semelhante ao de uma bengala. Desta forma no ponto mais alto por onde circula o refrigerante primário (o cabo da bengala) não é acessível o resfriamento direto, o que dificulta a condensação de bôlhas que ali venham a se acumular durante um acidente. Nos sistemas de Westinghouse, o ponto correspondente, seria o topo da curva dos tubos em U, ponto esse que é resfriado diretamente, por estar dentro do gerador de vapor.

Tomemos agora o sistema de alívio do pressu-

rizador. A válvula de alívio de TMI-2 é acionada por uma válvula piloto que por sua vez é comandada por um solenóide. A indicação aberta/fechada da válvula de alívio, que aparece no painel de controle, não é uma indicação real de sua posição, mas sim uma indicação de condição energizada ou não do solenóide de comando. No caso de Angra 1, as válvulas de alívio são comandadas por meio de ar comprimido atuando sobre o diafragma de acionamento, além disso são válvulas do tipo que forçosamente vão para a posição fechada quando o mecanismo de acionamento falha. Quanto à indicação de posição da válvula, esta é associada com a posição de sua haste, sendo portanto mais confiável que no caso de TMI-2

Outro sistema importante a ser comparado é o sistema de proteção do reator, que no caso de Angra 1 inclui os chamados desligamentos antecipatórios do reator, isto é certos tipos de perturbações que começam, no circuito secundário ao serem detectados causam o desligamento automático ("trip") do reator, mesmo que os parâmetros operacionais do circuito primário ainda não justificassem tal ação. O reator de TMI-2, não possui esses dispositivos. A vantagem de se ter tais dispositivos é mostrada claramente na sequência do acidente, onde verificamos que o desligamento do reator só veio a ocorrer 8 segundos, após o "trip" da turbina. No caso de Angra 1 o sistema de proteção do reator anteciparia o "trip" do reator fazendo com que isto acontecesse imediatamente após o "trip" da turbina. Note-se que estes 8 segundos representaram um acréscimo na energia gerada pelo núcleo de aproximadamente 2×10^6 J, que contribuiu para secar mais rapidamente o gerador de vapor.

Um outro ponto que deve ser comentado é o arranjo físico (layout) do sistema primário. Sob esse ponto de vis

ta, os reatores B&W (exceto os que já possuem a chamada "raised loop configuration"), apresentam os seguintes problemas:

a) O estabelecimento de circulação natural é mais difícil que nos reatores Westinghouse e Combustion Engineering.

b). Uma grande parte de volume dos geradores de vapor está em nível (cota) inferior ao topo do núcleo, ao passo que em Angra 1 a cota mais baixa dos geradores de vapor está acima do topo do núcleo. Se lembrarmos que durante o acidente, quando houve o desligamento das bombas de resfriamento do reator (4^a Fase), havia dentro do circuito primário uma mistura de água e vapor, uma configuração como Angra 1 na qual o núcleo do reator está situado na parte mais baixa do circuito primário, teria contribuído para que a massa de líquido restante fluísse para aquela região ajudando a manter o núcleo coberto.

Finalmente, é importante comentar que o sistema de acionamento dos dispositivos técnicos de segurança de Angra 1 é mais "cauteloso", ativando o isolamento da contenção não só quando for observada uma alta pressão na mesma, como é o caso em TMI-2, mas também sempre que os sistemas de resfriamento, de emergência do núcleo forem ativados. Esse pequeno detalhe teria evitado a transferência de água radioativa do poço da contenção para o edifício auxiliar ocorrida em TMI-2, e consequentemente impedido a liberação da maior parte da radioatividade pa

ra o meio ambiente exterior, pois a mesma ficaria contida no interior do prédio da contenção.

Na sequência das considerações que fizemos, podemos concluir que um acidente como o que ocorreu em TMI-2 dificilmente teria condições de acontecer em Angra 1. Isto porque, mesmo se admitíssemos as mesmas falhas de equipamentos e falhas humanas, as consequências seriam muito pequenas, pois a contenção teria sido isolada e os geradores de vapor não chegariam a secar. Note-se ainda que a repetição das falhas humanas seria mais improvável no caso de Angra 1, posto que os operadores disporiam de indicações, mais precisas e a evolução do transitório seria bem mais lenta.

Finalmente, vale observar que não devemos nos sentir tão confortáveis, com Angra 1, e sim entender que estas conclusões são válidas dentro de certas limitações, ou seja, é muito natural que um acidente que ocorreu com um reator B&W revele as "fraquezas" características desse fabricante, talvez a situação fosse outra, caso estivéssemos analisando um acidente ocorrido num reator Westinghouse.

Por outro lado, temos a nosso favor o fato de mesmo contando com um número muito maior de reatores em operação e a maioria deles já operando muito antes do que a central de TMI-2, nunca ocorreu um acidente desse porte em reatores Westinghouse.

Quanto a Angra 2 e aos demais reatores de fa-

bicação alemã a serem construídos no Brasil, embora não tenhamos feito nenhuma análise dos mesmos nesse artigo, cabe mencionar de passagem, que são de projetos semelhantes aos da Westinghouse com algumas características adicionais de segurança.

V. E AGORA ?

Como já mencionamos anteriormente, o acidente de TMI-2 resultou de uma combinação de mau funcionamento de equipamentos, falhas humanas, deficiências de projeto e procedimento de teste inadequados. Foi portanto um acidente provocado por falhas múltiplas onde o fator humano teve uma contribuição maior do que se pode apreciar numa análise sumária como esta.

Fazendo-se um balanço global, dois pontos de vista devem ser considerados. Do lado da segurança, pode-se dizer que a filosofia de defesa em profundidade provou ser adequada, uma vez que as múltiplas barreiras de proteção mitigaram os efeitos do acidente, fazendo, com que as consequências para o ambiente e para o público fossem irrelevantes. Do lado econômico as consequências foram catastróficas, só a paralização da central por cerca de 3 ou 4 anos já dá uma idéia do prejuízo, que o proprietário terá que enfrentar. Portanto acidentes como esse não podem se repetir para que a geração núcleo-elétrica continue como uma alternativa viável contribuindo para satisfazer as necessidades energéticas do nosso século.

Entre as lições que se pode tirar dos eventos de TMI-2, talvez a mais importante seja a identificação das áreas falhas que contribuíram para a existência do cenário propício

do acidente. Esse trabalho vem sendo desenvolvido por vários grupos nos EUA e é acompanhado no Brasil pela Comissão Nacional de Energia Nuclear. Dois grupos, possivelmente os dois mais importantes, já apresentaram conclusões e recomendações: a Comissão Kemeny⁽⁹⁾, instituída pelo Presidente Carter, e o Grupo de Trabalho ("Lessons Learned Task Force") formado pela NRC para analisar as lições decorrentes do acidente de TMI-2⁽¹⁰⁾.

O Grupo de Trabalho "Lessons Learned" apresentou um total de 23 recomendações específicas em 12 áreas gerais (sendo 9 na área de projeto e análise e 3 na área de operação) as quais, caso sejam aceitas pela NRC, deverão ser implementadas em dois estágios dentro dos próximos 18 meses. Um fato realmente novo decorrente dos estudos desse grupo está na recomendação de que todas as modificações sugeridas sejam aplicadas tanto às centrais que estão presentemente fazendo o pedido de licença para construção, quanto aquelas que estão em construção (já parcialmente licenciadas) e também aquelas que já estão em operação, procedimento este conhecido como "backfitting" (reajuste ou readaptação). Segundo as palavras do Grupo de Trabalho, a implementação das 23 recomendações bem como de outras contidas em relatórios anteriores^(1,11), acarretaria "uma substancial proteção adicional, a qual é requerida para a segurança e a saúde pública"⁽¹²⁾, o que justificaria a exigência de "backfitting". Entre as recomendações mais importantes destacam-se as seguintes:

- 1) As condições limites para a operação normal da central devem ser reformuladas de modo a requererem um completo desligamento ("shutdown") da central do caso de uma perda total de função de um dos sistemas de segurança devido a um erro humano ou operacional;

2) Um cargo novo, o de consultor técnico de turno ("shift technical advisor"), deverá ser criado em cada central nuclear, o qual deverá ser ocupado por uma pessoa qualificada possuidora de um título universitário em engenharia ou equivalente e com treinamento específico no comportamento da central em caso de eventos anormais ou acidentes.

Com exceção das duas recomendações acima, as demais foram razoavelmente aceitas pela indústria nuclear americana, embora o prazo de 6 meses para implementação tenha sido considerado como impossível de ser cumprido⁽¹³⁾. Ao que tudo indica, a NRC estaria disposta a repensar as duas recomendações acima (bem como algumas outras) tornando-as mais exequíveis do ponto de vista da indústria.

As demais áreas afetadas pelas recomendações desse Grupo de Trabalho foram: suprimento de energia elétrica de emergência, instrumentação de emergência, isolamento da contenção, controle de hidrogênio, confiabilidade do sistema de água de alimentação de emergência, controle de radiação pós-acidente e análise de transientes e acidentes.

Em sua extensa investigação das causas e consequências do acidente de TMI-2, a Comissão Kemeny penetrou a fundo no comportamento de todas as partes envolvidas (a NRC, a concessionária e o fabricante) antes, durante e após o acidente. O alvo principal das críticas foi a NRC, a qual, segundo as recomendações contidas no relatório final da Comissão Kemeny⁽¹⁴⁾, "com a sua organização, pessoal e atitudes atuais, não é capaz de cumprir a sua responsabilidade de garantir um nível aceitável de segurança

para as centrais nucleares", devendo, portanto, ser totalmente reestruturada após a abolição da atual comissão de cinco membros. Em seu lugar, foi recomendada a criação de uma nova agência reguladora chefiada por um único administrador diretamente vinculado ao Presidente da República.

A Comissão concluiu que o acidente de TMI-2 foi um acidente de falhas múltiplas e recomendou que esse tipo de acidente receba atenção especial daqui em diante, ao contrário do que tem sido feito até então quando praticamente apenas os grandes acidentes com uma causa bem determinada, como por exemplo, a completa ruptura da tubulação principal do primário, eram analisados detalhadamente e constituíam as bases para o projeto dos diversos equipamentos de segurança.

O atual processo de treinamento de operadores de centrais nucleares foi severamente criticado, por dar pouca ênfase aos princípios de segurança de reatores. Especificamente com relação aos operadores de TMI-2, foi concluído que embora eles tenham obtido notas altas nos exames de licenciamento conduzidos pela NRC, a qualidade do programa de treinamento a que foram submetidos foi baixa. O simulador da Babcock-Wilcox foi uma peça fundamental no treinamento dos operadores da TMI-2, no entanto, ele não estava programado para simular acidentes com falhas múltiplas. De fato, não era capaz de simular, por exemplo, um aumento do nível d'água do pressurizador simultaneamente a uma queda da pressão no circuito primário, tal como ocorrido em TMI-2.

Outro ponto que mereceu especial atenção da Comissão Kemeny foi a ausência de um plano de evacuação de emergência bem definido e coordenado entre as diversas agências federais,

estaduais e municipais. Alguns dos planos escritos existentes continham diferentes sistemas de classificação de acidentes e diferentes diretivas para a notificação das autoridades governamentais.

Muito ainda está para ser dito sobre o acidente de TMI-2. As investigações de várias comissões ainda estão em andamento, e as conclusões finais quanto ao futuro da central acidentada somente poderão ser formuladas quando se houver penetrado na contenção e analisado cuidadosamente os danos causados ao núcleo do reator e aos demais sistemas ali encerrados. Uma coisa porém é inquestionável: todas as modificações introduzidas no projeto, construção e operação de centrais nucleares decorrentes de TMI-2 constituem um avanço significativo no sentido de uma produção cada vez mais segura da energia nuclear.

Notas e Referências

- 1) "Staff Report on the Generic Assessment of Feedwater Transients in Pressurized Water Reactors Designed by The Babcock and Wilcox Company", NUREG-0560 (1978).
- 2) TMI-2 Final Safety Analysis Report.
- 3) Ver o apêndice desse artigo para uma breve descrição do pressurizador.
- 4) Conforme o próprio nome indica, o modo de circulação natural consiste na circulação do refrigerante pelo circuito primário devido unicamente ao processo de convecção natural.
- 5) Nuclear News, July 1979, p.26.
- 6) Nuclear News, July 1979, p.30.
- 7) Nuclear Engineering International, May 1979, p.10.
- 8) Angra 1 Final Safety Analysis Report.
- 9) Relatório da Comissão Presidencial sobre o Acidente em Three Mile Island, outubro, 1979.
- 10) "TMI Lessons Learned Task Force Status Report and Short-Term Recommendations", NUREG-0578, Julho, 1979.
- 11) "Evaluation of Long-Term Post-Accident Core Cooling of Three Mile Island", NUREG-0557, Maio, 1979.
- 12) Ref. 10, p.6.
- 13) Inside NRC, August 6, 1979.
- 14) Ref. 9, p. 56.

A P Ê N D I C E

Breve Descrição do Funcionamento Normal de uma Central Nuclear a Água Leve Pressurizada (PWR)

É do conhecimento de todos que o objetivo de uma central nuclear comercial é a geração de energia elétrica. A maneira com que este objetivo é alcançado é a mesma que numa central a carvão ou a óleo, ou seja, o vapor gerado pelo aquecimento da água expande-se numa turbina acoplada a um gerador de energia elétrica, fazendo girar o eixo do gerador, transformando assim o calor da água em energia elétrica, que é distribuída aos centros consumidores através de linhas de transmissão. O que diferencia uma central nuclear das chamadas centrais térmicas não-nucleares (a óleo ou carvão) é o modo pelo qual é liberada a energia necessária ao aquecimento da água. Enquanto que nas centrais não-nucleares esta energia é liberada pela combustão do óleo ou carvão (uma reação química), nas centrais nucleares a energia é liberada pelo processo denominado "fissão nuclear" (uma reação nuclear).

A fissão nuclear ocorre quando um nêutron livre de baixa energia choca-se e é absorvido pelo núcleo de um elemento fissil (urânio-235 no caso dos reatores a que nos referimos). Ao ser fissionado, o núcleo parte-se em fragmentos (ou produtos) de fissão, liberando uma grande quantidade de energia e dois ou três novos neutrons. Esses, por sua vez, chocam-se com outros núcleos físeis, gerando mais calor (energia) e liberando novos neutrons, estabelecendo-se assim sucessivamente, uma rea-

ção em cadeia. No entanto, os nêutrons liberados pela fissão possuem alta energia, sendo por isso chamados de nêutrons rápidos. Para que possam causar novas fissões, eles devem antes perder uma grande parte da energia com que são liberadas das fissões anteriores. Daí a necessidade de um outro elemento no interior do reator, o chamado elemento moderador, cuja função é exatamente a de absorver parte da energia dos nêutrons rápidos através de colisões destes com núcleos de hidrogênio contidos na água, transformando-os em nêutrons lentos (ou térmicos), os quais poderão então continuar a reação em cadeia. No caso dos reatores PWR, o moderador é a água comum, também chamada de água leve. Uma representação esquemática da reação em cadeia é mostrada na fig. 1.

A fissão nuclear é controlada por barras contendo um elemento absorvedor de nêutrons, por exemplo cádmio. Retiradas ou introduzidas convenientemente no reator permitem uma maior ou menor população de nêutrons, aumentando ou diminuindo a taxa de fissão, e consequentemente produzindo mais ou menos calor.

O combustível nuclear, consistindo de pequenas pastilhas de óxido (UO_2) enriquecido a 3% de ^{235}U , é colocado no interior de varetas cilíndricas construídas de uma liga à base de zircônio ("zircaloy"), as quais são montadas em conjuntos denominados elementos combustíveis. O conjunto de todos os elementos combustíveis constitui o núcleo do reator.

O calor gerado pelas fissões no interior das

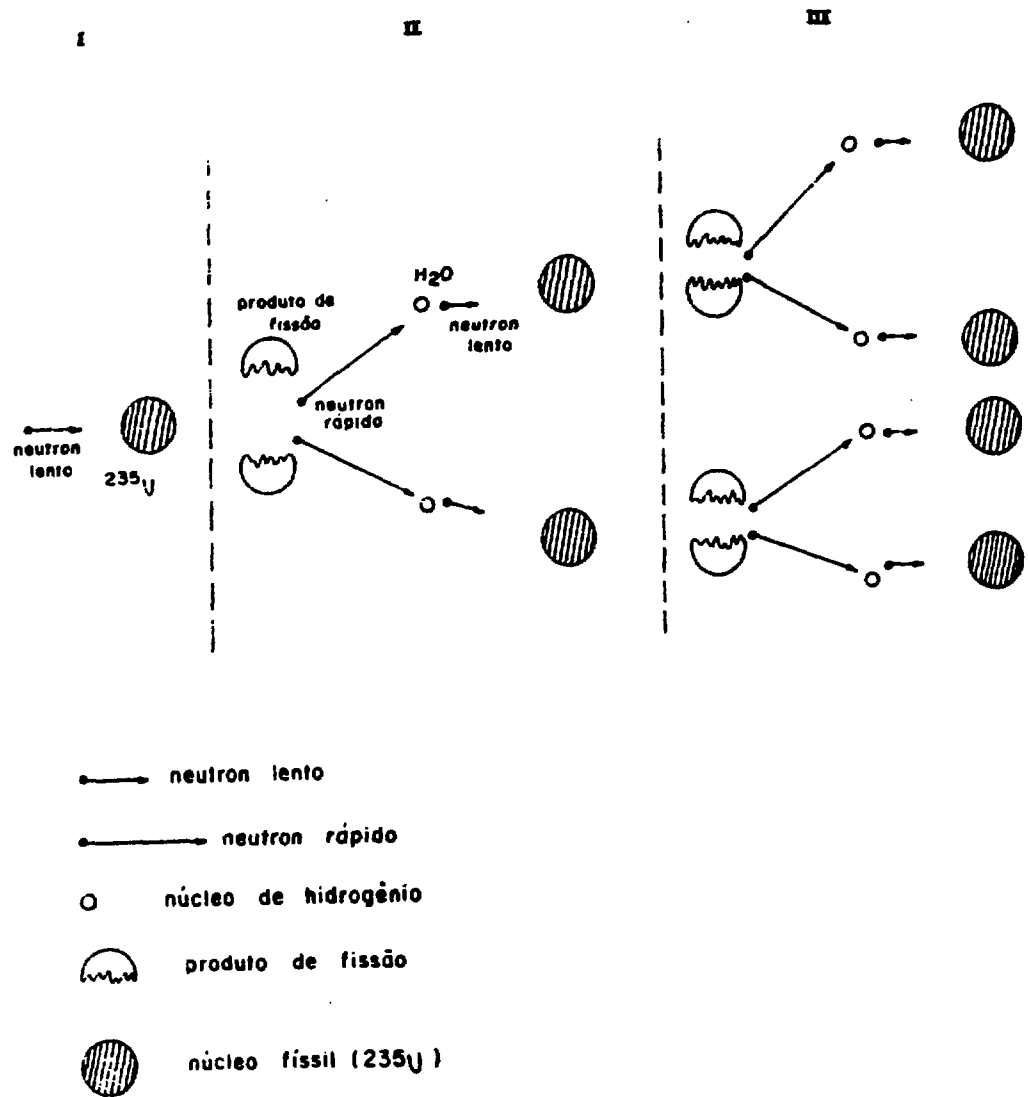


Fig. 1 - Esquema da Reação em Cadeia

varetas de combustível é transferido a água que é forçada a passar por entre as varetas. Portanto, a água em um reator PWR tem dupla finalidade, servindo ao mesmo tempo de elemento moderador de neutrons, e de elemento de refrigeração do reator.

Um esquema bem simplificado apresentando os sistemas básicos para a operação normal de uma central nuclear é mostrado na fig. 2. Como pode-se ver pelo esquema, existem três circuitos fundamentais de líquido e vapor numa central nuclear: o circuito primário, o secundário e o de água de circulação. O circuito primário inteiramente contido dentro do prédio de contenção do reator, é formado pelo vaso de pressão do reator (onde estão situados os elementos combustíveis e as barras de controle), geradores de vapor, pressurizador, bombas de refrigeração do reator (BRR) e pelas tubulações conectando os equipamentos citados. A água é aquecida ao passar pelo núcleo do reator, sendo então conduzida aos geradores de vapor, onde cede parte do seu calor para a água de alimentação que circula pelo lado secundário dos geradores de vapor. Após sofrer esse resfriamento, ela retorna ao núcleo do reator, completando assim o circuito primário. As tubulações que conduzem a água quente do núcleo aos geradores de vapor são chamadas "pernas quentes", e as que conduzem a água "resfriada" de volta ao núcleo são chamadas "pernas frias". A circulação nesse circuito é mantida por meio das chamadas bombas de refrigeração do reator (BRR), uma em cada perna fria. No interior do reator a água chega a atingir 300°C (-570°F), e para que essa água seja mantida na forma líquida, todo o circuito primário é mantido a uma pressão de cerca de 150-160atm, ou seja

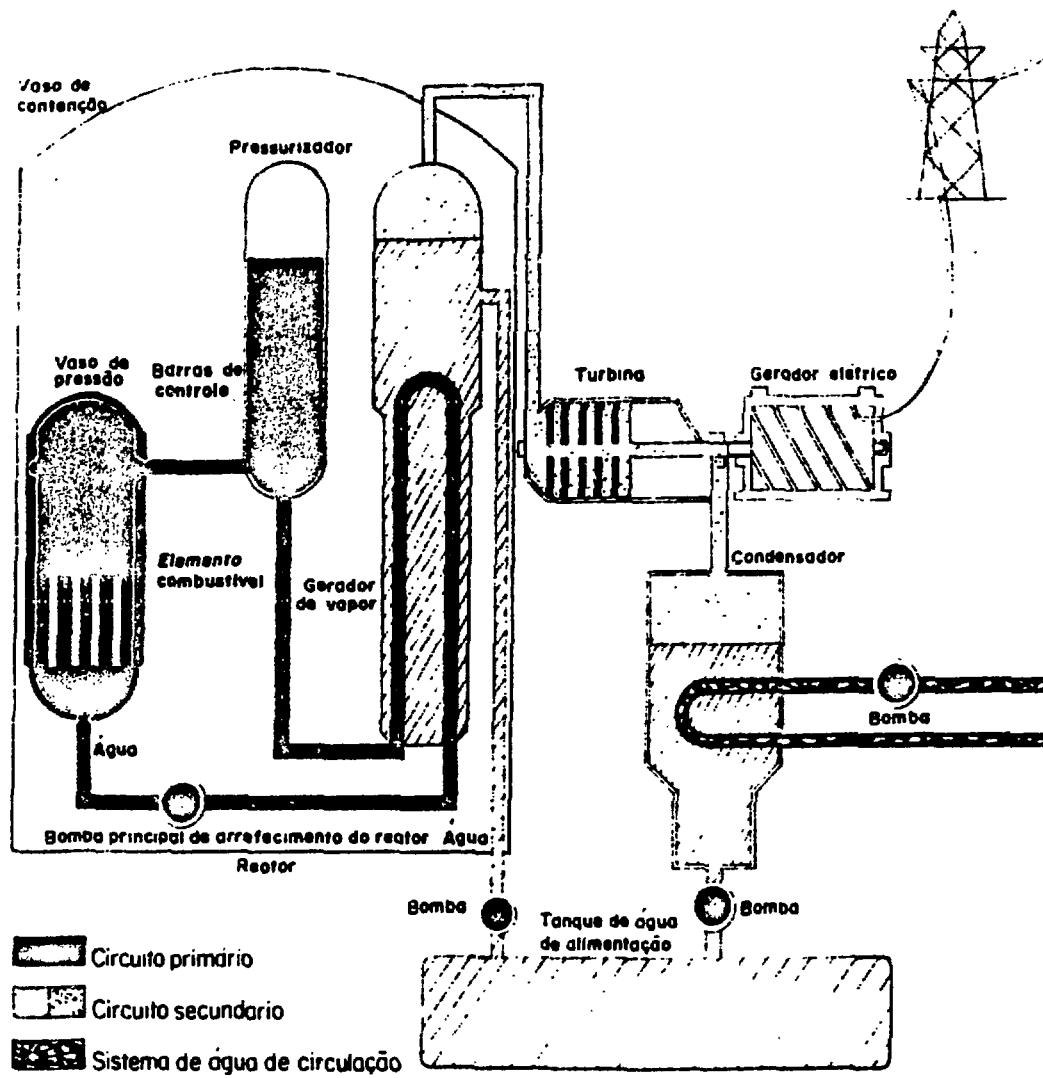


Fig 2 - Esquema de uma Central Nuclear PWR, mostrando os três circuitos principais de água e vapor

da ordem de 150 vezes a pressão atmosférica normal. A pressão no circuito primário é controlada pelo pressurizador, o qual é conectado a uma das pernas quentes. Em condições normais de operação, aproximadamente 60% do volume do pressurizador é ocupado por água e 40% por vapor. Aquecedores elétricos, situados na parte inferior do vaso do pressurizador, mantêm a água no interior do pressurizador à temperatura de saturação, mantendo constante a pressão de operação do sistema.

O circuito secundário consiste dos geradores de vapor (lado secundário), turbina, condensador, tanques de água de alimentação, bombas de água de alimentação e tubulações. A água de alimentação é bombeada do tanque para os geradores de vapor, onde é aquecida. O vapor gerado é conduzido à turbina. Após expandir-se na turbina, ela passa por um condensador, retornando à fase líquida, sendo então recolhida novamente ao tanque de água de alimentação. Completa-se assim o circuito secundário.

O circuito de água de circulação pode ser aberto (como o de ANGRA) ou fechado (como o de TMI), e em ambos os casos sua função principal consiste em retirar calor do vapor expandido, transformando-o novamente em líquido. Os circuitos abertos utilizam os rios, lagos ou oceanos, como fontes de água fria e escoa-douros de água aquecida. No caso de ANGRA, a água sofre um aquecimento de 79°C. Nos circuitos fechados, o calor é dissipado na atmosfera através de torres de refrigeração, que é o esquema usado em TMI-2.

O objetivo principal da Segurança de Centrais Nucleares

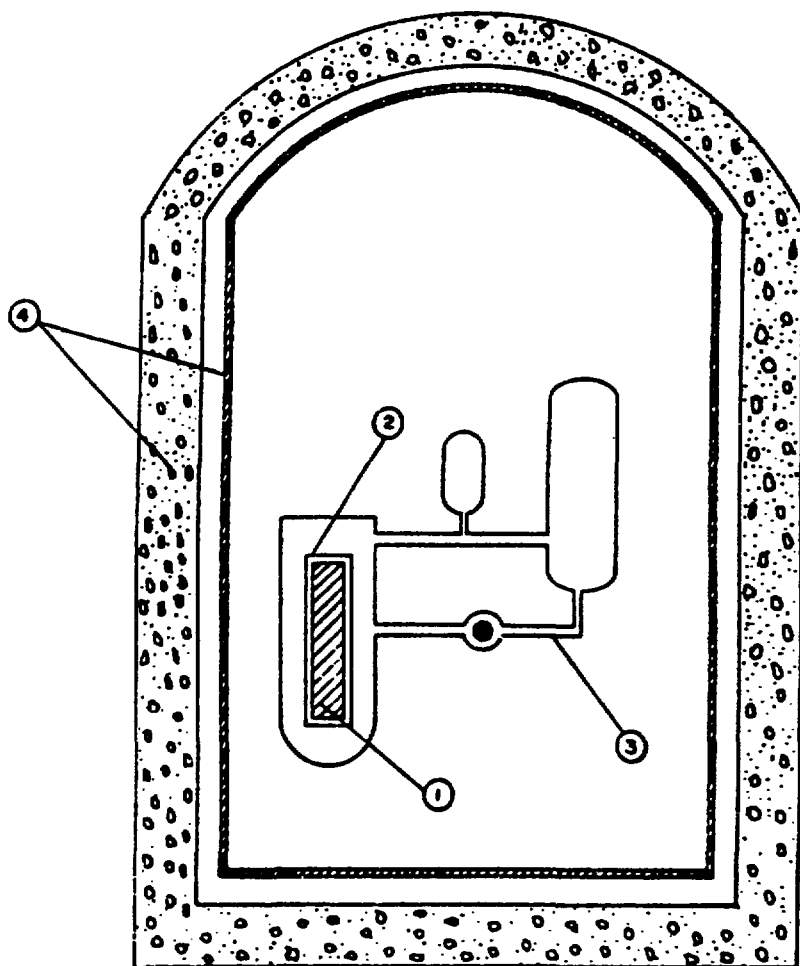
Durante o funcionamento normal de uma central nuclear, uma grande quantidade de produtos de fissão altamente radioativos é produzida no interior do núcleo do reator. São exatamente esses produtos de fissão que constituem a fonte fundamental dos riscos acarretados pela operação de uma central nuclear, uma vez que uma eventual liberação de todo ou de parte do inventário desses elementos altamente radioativos certamente acarretaria uma grande quantidade de mortes entre a população atingida, além de consideráveis danos materiais.

O objetivo fundamental da análise de segurança de centrais nucleares consiste em garantir que os produtos de fissão fiquem contidos no interior do prédio de contenção do reator em caso de um acidente, procurando evitar a todo custo a sua liberação ao meio-ambiente. Para tanto, utiliza-se a filosofia das barreiras múltiplas (defesa em profundidade), ou seja para que ocorra uma liberação ao meio-ambiente, os produtos de fissão devem ultrapassar uma série de barreiras independentes, o que certamente diminui significativamente a probabilidade de liberação. A fig. 3 ilustra a disposição das barreiras múltiplas.

A primeira barreira é a própria rede cristalina do combustível nuclear (UO_2), a qual funciona como retentora dos produtos de fissão. A segunda barreira é formada pelo reves-

- ① R
- ② R
- ③ C
- ④ E

BARREIRAS DE PRODUTOS DE FISSÃO



- ① Rede Cristalina do Combustível (UO_2)
- ② Revestimento Metálico das Varetas de Combustível
- ③ Circuito Primário
- ④ Estruturas de Contenção

Fig. 3

timento metálico das varetas de combustível, revestimento este que impede a passagem para a água do circuito primário, de quaisquer produtos de fissão que tenham migrado através da rede cristalina do óxido de urânio (principalmente os produtos gasosos). O circuito primário, descrito na seção anterior, constitui a terceira barreira, pois sendo este um circuito estanque, além do seu papel principal de condutor da água de refrigeração do núcleo, ele serve também de confinador de produtos de fissão que venham a escapar das barreiras anteriores. Finalmente, o prédio de contenção do reator constitui a última barreira a ser ultrapassada. Este prédio tem paredes de concreto armado com espessura que variam desde 50 a 160cm, revestidas internamente com chapas de aço de cerca de 4cm de espessura, com um espaço vazio (espaço anular) entre a estrutura metálica e a estrutura de concreto.

Principais Sistemas de Emergência

1. Sistema de Proteção do Reator (SPR)

Sem dúvida alguma, a ação mais importante a ser levada a efeito numa situação de emergência é o término imediato ("scram" ou "trip") da fissão em cadeia, pois isto permite reduzir a geração de energia ao nível daquela proveniente do decaimento dos produtos de fissão, da ordem de 7% da potência de operação. Cabe ao sistema de proteção do reator (SPR) esta função de desligamento imediato do reator, a qual é efetuada através de uma rápida introdução total das barras de controle e de elementos absorvedores de neutrons no núcleo do reator. Os

sinais que comandam a atuação do SPR, no sentido descrito acima, são provenientes de várias fontes, como por exemplo, uma parada ("trip") da turbina ou um sinal de alta pressão no circuito primário, etc..., dependendo de detalhes de projeto de cada central.

Além disso, durante o funcionamento normal do reator, o SPR controla a reatividade do núcleo, ou seja, a energia gerada em cada instante, elevando ou reduzindo a potência a qualquer nível desejado dentro das especificações de cada central.

2. Sistema de Água de Alimentação de Emergência (SAAE)

Em caso de perda do fluxo normal de água de alimentação (circuito secundário) para os geradores de vapor, seja por ruptura de alguma tubulação ou por parada das bombas principais do circuito secundário (como ocorreu em Three Mile Island), entra automaticamente em funcionamento o SAAE, cuja função é exatamente a de manter o resfriamento contínuo dos geradores de vapor, garantindo dessa forma a continuidade da retirada de calor do circuito primário. Tal sistema, construído com as devidas redundâncias por ser relacionado com a segurança, é composto geralmente de três bombas de alimentação, sendo duas acionadas a motor elétrico (cada uma com capacidade de 50% da vazão normal do secundário), e uma movida a turbina com capacidade de 100% da vazão normal. A linha de sucção para essas bombas pode ser alimentada por uma das seguintes fontes: a descarga das bombas de água

condensador, os tanques de armazenamento de água de alimentação, ou a água de serviço proveniente de um rio ou lago.

3. Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN)

Este sistema é projetado para manter o vaso do reator cheio d'água em caso de um acidente qualquer causar uma perda da água de refrigeração normal do núcleo do reator, seja por uma parada das bombas de refrigeração (BRR), pela ruptura de uma tubulação qualquer do primário, ou por fuga através da válvula de alívio do pressurizador (VAP), como ocorrido em TMI-2. É composto de quatro subsistemas distintos, cada um projetado para atuar em determinadas condições.

A - Sistema de Injeção de Alta Pressão (SIAP)

Este sistema entra em operação sempre que ocorre uma despressurização não muito rápida do circuito primário, a qual pode ser causada, por exemplo, por uma pequena ruptura de uma tubulação qualquer ou por fuga através da VAP. Neste caso, embora o sistema esteja sendo despressurizado, a pressão ainda conserva-se suficientemente alta para exigir o funcionamento de bombas de injeção de alta pressão. O SIAP é automaticamente acionado sempre que a pressão no circuito primário cai abaixo de um determinado valor (cerca de 1600psig), injetando uma grande quantidade de água no vaso do reator, visando manter sempre coberto o núcleo do reator.

rante
ções
suriz
geran
esca
algu
baix
xa p
ido
um p
ta P
acum
mant
pres
ta d
isol
tida
tros
um s
los
dife
rio.
ta P
ão s
cir
uma
s da
zado
gir
é au
imári
jetar
o man

B - Sistema de Injeção de Baixa Pressão (SIBP)

No caso de um acidente com perda de refrigerante ("LOCA") através de uma grande ruptura de uma das tubulações principais do primário, o sistema será rapidamente despressurizado, devido a que praticamente todo o inventário de refrigerante do primário mantido normalmente a alta pressão (2250psig), escapará rapidamente através da grande ruptura. Em questões de alguns segundos a pressão do sistema será reduzida a valores bem baixos. Neste caso serão acionadas as bombas de injeção de baixa pressão do SIBP.

C - Sistema de Inundação^N do Núcleo (SIN)

Este sistema, também chamado de sistema de acumuladores, consiste de grandes tanques contendo água borada mantida sobre pressão. Sempre que um acidente fizer com que a pressão do sistema caia abaixo de um determinado valor (por volta de 600psig), serão automaticamente abertas as válvulas de isolamento dos acumuladores, que descarregarão uma imensa quantidade de água borada no vaso do reator. Ao contrário dos outros sistemas de refrigeração de emergência do núcleo, o SIN é um sistema passivo, isto é, não pode ser ligado ou desligado pelos operadores em caso de acidente, funcionando unicamente por diferença de pressão entre os acumuladores e o circuito primário.

D) Sistema de Remoção de Calor de Decaimen-
to (SRCD)

A principal função do SRCD consiste em retirar calor do núcleo e do circuito primário durante as operações normais de desligamento e recarga do reator. Em caso de acidente, ele pode ser usado como parte do sistema de refrigeração de emergência do núcleo. Após toda a água dos tanques de armazenamento ter sido usada pelos sistemas de injeção, o SRCD é ativado fazendo recircular pelo núcleo a água contida no poço da contenção devido ao acidente (possivelmente a ruptura de uma das tubulações principais do primário).

O sistema de remoção de calor de decaimento consiste de duas bombas, dois trocadores de calor (os chamados trocadores de calor residual), válvulas e a tubulação associada.

4 - A Central Nuclear de Three Mile Island

Situada numa ilha alongada ("Three Mile Island") sob o Rio Susquehanna, dez milhas a sudeste de Harrisburg, capital do Estado da Pennsylvania, a central nuclear de TMI foi projetada pela Babcock-Wilcox e é propriedade da Metropolitan Edison Company, uma filial da General Public Utilities Corporation. É constituída de duas unidades independentes, cada uma delas operando um reator a água leve pressurizada (PWR). A potência elétrica da primeira unidade (TMI-1) é de 792MW, e da segunda (onde ocorreu o acidente de 28/3/79) é de 880MW. A construção de TMI-2 foi iniciada há pouco mais de dez anos. O reator atingiu a criti

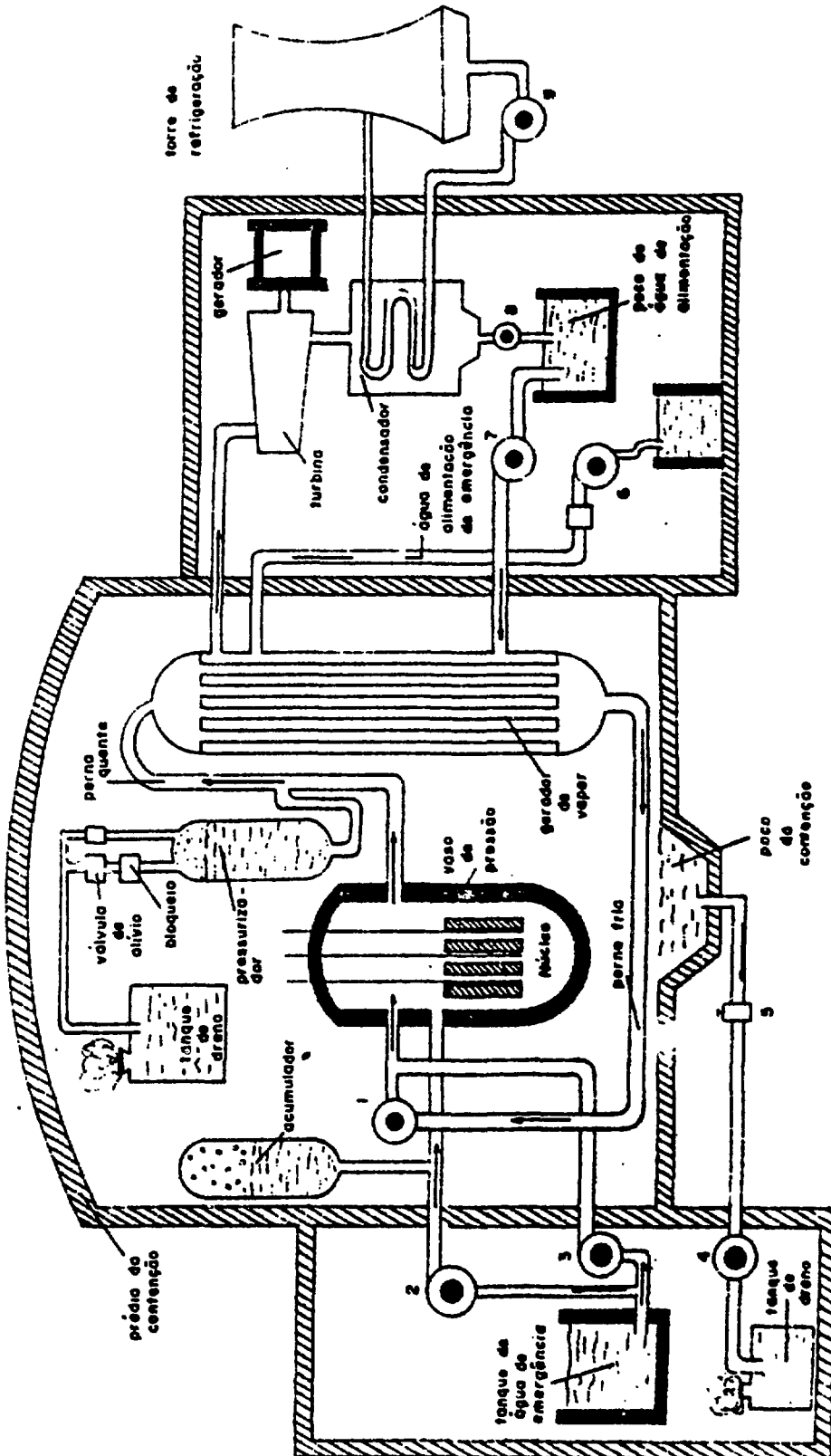


FIGURA 4 ESQUEMA DE TMI-2

Legenda da Fig. 4

- 1 - Bomba de Refrigeração do Reator (BRR)
- 2 - Bomba do Sistema de Injeção de Baixa Pressão
- 3 - Bomba do Sistema de Injeção de Alta Pressão
- 4 - Bomba de Transferência da Água do Poço da Contenção
- 5 - Válvula de Isolamento da Linha de Transferência do Poço da Contenção
- 6 - Bomba do Sistema de Água de Alimentação de Emergência
- 7 - Bomba do Sistema de Água de Alimentação Principal
- 8 - Bomba do Condensado
- 9 - Bomba do Circuito de Água de Circulação

calidade em 28/3/78 e a unidade foi acoplada à rede em 30/12/78.

Na fig. 4, ve-se um diagrama esquemático de TMI-2, dando ênfase particularmente aos sistemas que tiveram uma participação efetiva no acidente, os quais foram sucintamente descritos anteriormente neste apêndice. O circuito primário de TMI-2 é constituído de dois "loops", dos quais apenas um foi desenhado na Fig. 4. Detalhes mais precisos do circuito primário, são mostrados nas Figs. 5 e 6.

Três características de projeto do circuito primário merecem ser destacadas:

- 1) o gerador de vapor é do tipo de tubo reto, também conhecido como gerador de vapor de passagem única ("Once Through Steam Generator");

- 2) a elevação dos geradores de vapor relativamente ao vaso de pressão (fig. 5) é tal que uma grande massa de refrigerante primário contido nos G.V.s. estará situada abaixo do nível do topo do reator;

- 3) a perna quente conecta-se ao gerador de vapor através de um tubo em U invertido (tipo "bengala").

As implicações de cada uma dessas características do projeto de TMI-2 e outras não mencionadas especificamente nesse apêndice são discutidas na seção IV desse artigo.

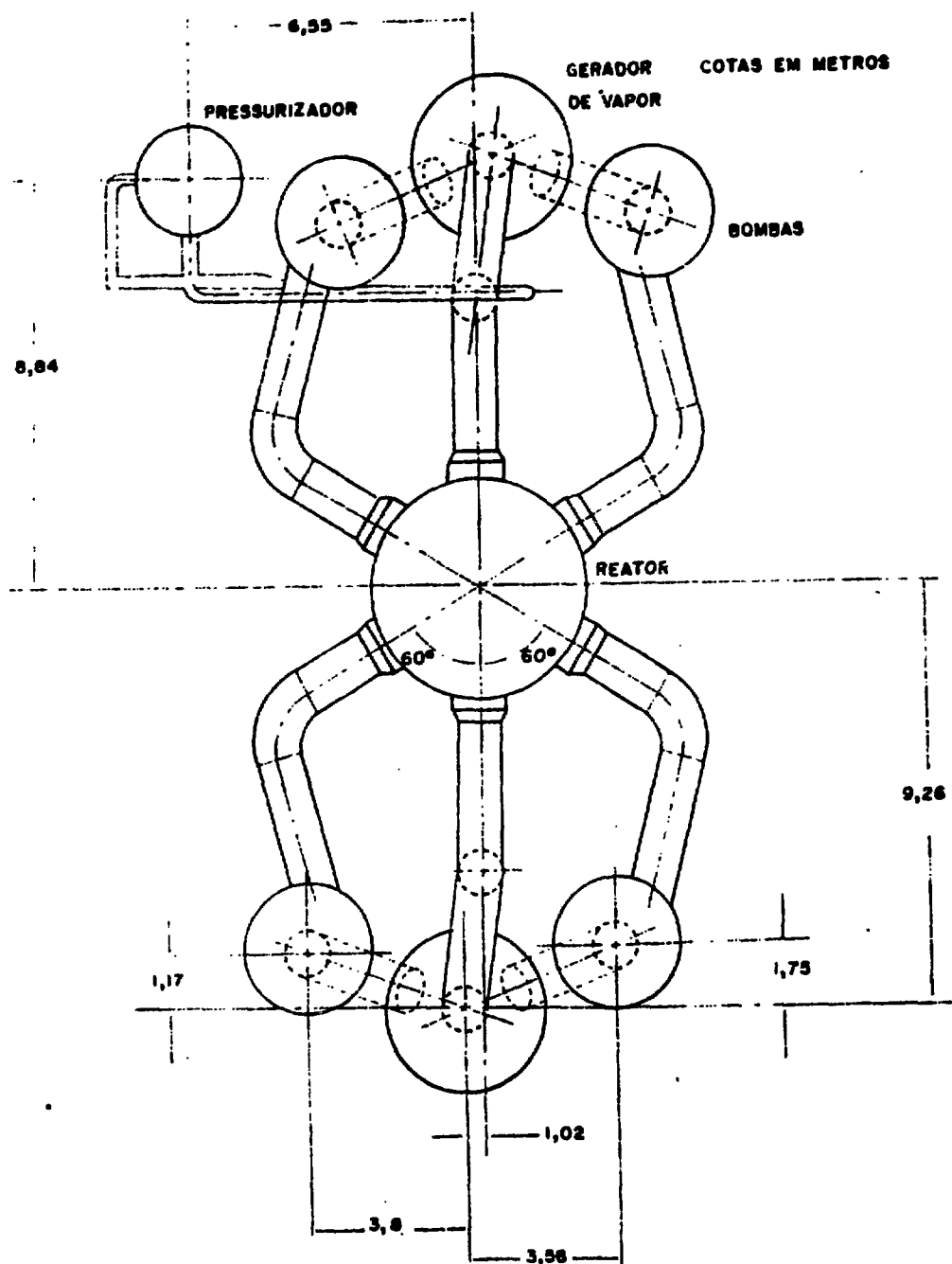


FIGURA 5 - SISTEMA DO RESFRIAMENTO DO REATOR, VISTA DE TOPO

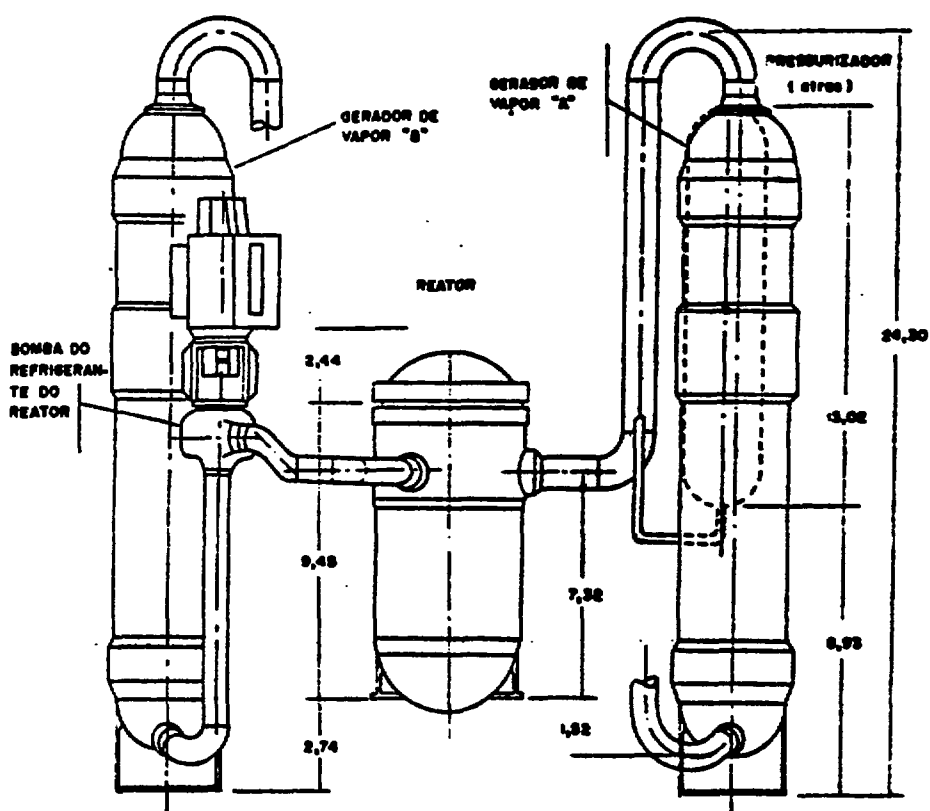


FIGURA 6 - SISTEMA DE RESFRIAMENTO DO REATOR, VISTA FRONTAL